

Aplicación de la metodología BEPU en piscinas de combustible gastado

Sánchez-Sáez, F.; Carlos, S.; Villanueva, J.F.; Martorell, S.
Empresa: Departamento de Ingeniería Química y Nuclear. Grupo MEDASEGI.
Universitat Politècnica de València
Dirección: Camí de Vera SN
Teléfono: 96 387 76 30
E-mail: frasansa@etsii.upv.es

Resumen – En los últimos años los análisis Best Estimate Plus Uncertainty (BEPU) se han empleado para evaluar diferentes transitorios en el ámbito de la seguridad nuclear. Si bien, en un principio, su aplicación se ha centrado en el estudio del reactor, no existe ninguna razón por la cual no puedan ser extendidos a otros sistemas de la planta, como puede ser las piscinas de combustible gastado. En concreto, se ha aplicado un análisis BEPU a la piscina de la central nuclear de Maine Yankee y se ha estudiado el transitorio de pérdida de refrigerante a través del canal de transferencia + pérdida de la refrigeración.

El objetivo de aplicar la metodología BEPU en este escenario es poder caracterizar con un determinado nivel de cobertura β y con una confianza γ los valores de la variable respuesta de este transitorio (Tiempo hasta que se sobrepasa el límite de espesor de vaina oxidado marcado por la norma de la NRC 10 CFR.50.46). Para ello recurrimos a los estadísticos de orden y a la fórmula de Wilks.

En el análisis BEPU se han identificado 42 variables explicativas que, a priori, podían tener una asociación estadísticamente significativa con la variable respuesta y se ha caracterizado su rango de variación asignándoles a cada una de estas variables una función de densidad. Posteriormente se ha simulado mediante un código termohidráulico Best Estimate (TRACE) $n=93$ veces el transitorio haciendo variar las variables explicativas mediante muestreo aleatorio simple y se han obtenido los valores de la variable respuesta. Se obtiene una estimación del valor de la variable respuesta que garantiza una cobertura del 95% con una confianza del 95% para los estadísticos de orden 1 y 2 mediante repeticiones bootstrap.

1. INTRODUCCIÓN

La mayoría de los análisis BEPU se han aplicado para estudiar transitorios o accidentes en los sistemas primario o secundario de una central nuclear (Carlos et al., 2016; D'Auria, 2017; D'Auria et al., 2012; Glaeser et al., 1994; IAEA, 2008; Perez et al., 2011; Pourgol-Mohammad, 2009; Sánchez-Sáez et al., 2018; Wilson, 2013). Sin embargo, este tipo de análisis puede realizarse en cualquier otro sistema y para cualquier tipo de accidente o transitorio. En concreto se va a aplicar la metodología BEPU en una piscina de combustible gastado. Las piscinas de combustible gastado almacenan el combustible una vez ha terminado su vida útil dentro del reactor de la central. Aparte de la radiación que desprenden, este combustible gastado también genera una importante cantidad de calor residual por lo que en las piscinas actúa un sistema de refrigeración que mantiene la temperatura del refrigerante controlada. Además, el almacenamiento de los elementos desde el reactor a la piscina se realiza a través del canal de transferencia. Si durante el traslado de uno de los elementos de combustible gastado desde el reactor hacia la piscina un elemento cayese accidentalmente sobre la compuerta del canal e impidiese su cierre, la piscina perdería refrigerante por dicho canal. En este trabajo se analiza el accidente consistente en la pérdida de refrigerante a través del canal transferencia + pérdida de refrigeración, que es uno de los posibles accidentes más allá de base de diseño descritos en (Throm, 1989).

La piscina de combustible gastado objeto de estudio es la perteneciente a la central nuclear, ya desmantelada, de *Maine Yankee* (Gay, 1984; Gay and Gloski, 1983; Carlos et al., 2014). Se ha escogido esta central ya que se poseen los datos sobre su geometría, condiciones de funcionamiento y las condiciones de contorno necesarias para poder realizar el análisis. Como variable respuesta de este accidente se estudia el tiempo hasta que se sobrepasa el límite de espesor de vaina oxidado marcado por la norma de la NRC 10 CFR.50.46 y para su caracterización se emplean los estadísticos de orden y a la fórmula de Wilks.

2. MATERIALES Y MÉTODOS

2.1. Modelo de la piscina de combustible gastado de Maine Yankee

En la Figura 1 se observa cómo se distribuyen los elementos de combustible gastado en la piscina de Maine Yankee. En el caso de licenciamiento, se tiene una carga térmica de 6.4MW, correspondiente a un núcleo recién extraído (en rojo en la Figura 1) que genera 4.8MW, y al resto de los elementos de la piscina que generan 1.6MW (En amarillo en la Figura 1).

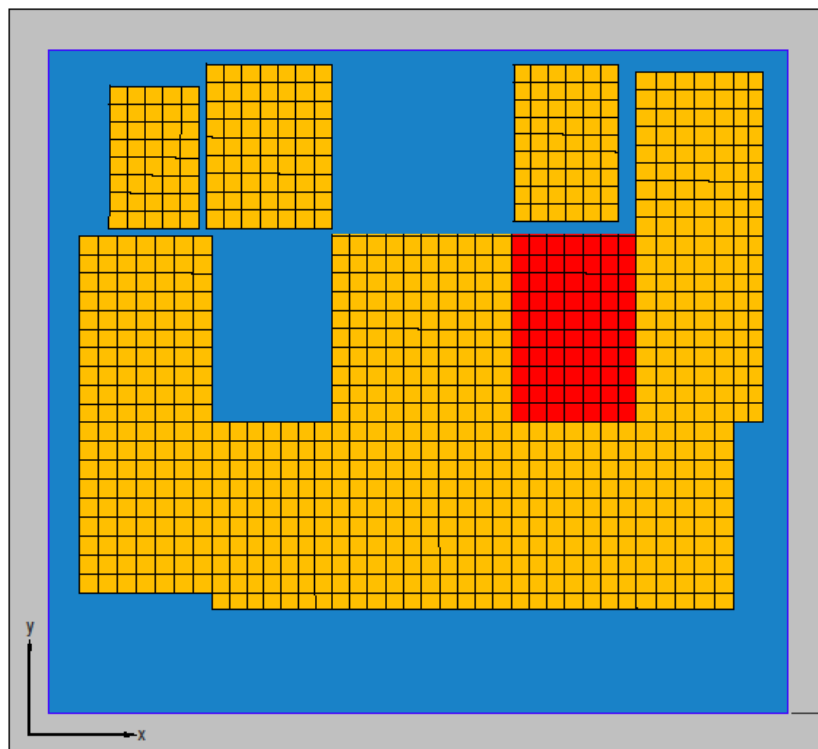


Figura 1. Distribución de los elementos de combustible gastado.

La piscina se ha simulado mediante TRACE del modo que se muestra en la Figura 2. Se ha utilizado una componente VESSEL con las siguientes dimensiones $(X, Y, Z) = (5, 5, 10)$, lo que da un total de 250 celdas. En dirección axial, el primer nivel, $Z=1$, corresponde con el *lower plenum* de la piscina. La zona calentada está comprendida desde $Z=2$ hasta $Z=8$. Sobre los elementos de combustible, es decir, $Z=9$, la piscina está repleta de agua. Por último, $Z=10$, permite la conexión con la atmósfera y en este nivel las celdas están llenas de aire. La temperatura inicial del refrigerante de la piscina es de 324.7K. El componente BREAK simula la atmósfera, y el componente PIPE realiza la conexión entre el componente VESSEL y el componente BREAK.

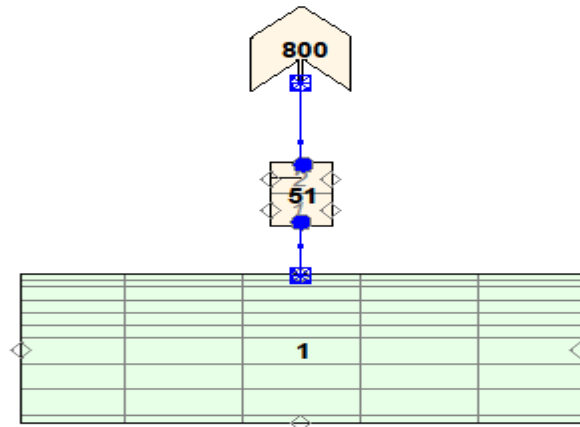


Figura 2. Vista de SNAP del modelo de la piscina de combustible gastado realizado con TRACE.

2.2. Análisis de incertidumbre utilizando el método de Wilks.

El método de Wilks (Wilks, 1941, 1942) consiste en utilizar los estadístico de orden como límites de tolerancia. En particular, la fórmula general de Wilks para determinar el límite superior (o inferior) de tolerancia mediante el estadístico de orden p viene dada por:

$$1 - \sum_{k=n-p+1}^n C_k \gamma^k (1 - \gamma)^{n-k} \geq \beta$$

donde γ y β denotan el límite de tolerancia y el nivel de confianza, respectivamente, n el número de simulaciones del código para satisfacer el criterio de γ y β . A nivel práctico, se determina el número de ejecuciones del código necesarias para verificar que se cumple un determinado nivel de tolerancia/confianza en las simulaciones, normalmente un 95(ó 5)/95. Por ejemplo, si p es igual a uno, es decir, si consideramos el estadístico de orden 1 y el límite de tolerancia/confianza es del 95(5)/95 el tamaño de muestra necesario es igual a 59. Del mismo modo, para $p=2$, el tamaño de muestra necesario es $n=93$.

2.3. Variable respuesta

A partir de los límites de seguridad establecidos en la norma de la NRC CFR 50.46 (USNRC, 2007) se consideran 3 posibles variables de interés.

1. El tiempo hasta que la oxidación total en la vaina exceda en cualquier parte de la piscina 0.17 veces el espesor inicial de la vaina.
2. El tiempo hasta que la cantidad total de hidrógeno formada por la reacción química de oxidación sobrepase 0.01 veces la cantidad de hidrógeno que se formaría si reaccionara todas las vainas.
3. El tiempo hasta que la temperatura máxima de vaina sobrepasa 1477K.

De estas 3 variables, la primera que suceda en el caso base es la que se escogerá como variable respuesta.

2.4. Variables predictivas

El análisis de incertidumbres requiere la selección de las variables de entrada relevantes para el accidente y para la caracterización de la variable respuesta. Se han escogido las 37 variables incluidas en el módulo de coeficientes de sensibilidad de TRACE (USNRC, 2017) y 5 variables relacionadas con las características de los elementos de combustible gastado que se ha visto que son relevantes en otros trabajos (Feria and Herranz, 2017): Pérdidas axiales (Axial losses); tolerancia de la pastilla de combustible, para el núcleo recién extraído (HC pellet) y para el resto de elementos (Av pellet); y tolerancia de la vaina, para el núcleo recién extraído (HC cladding) y para el resto de elementos (HC cladding).

3. RESULTADOS

Con el modelo de la piscina de TRACE, se ha realizado la simulación del caso base del accidente, donde las variables predictivas están en su valor nominal. En el accidente se pierde refrigerante por el canal de transferencia hasta una altura de 0.2 m por encima de los elementos de combustible gastado y en la que no existe recirculación alguna del refrigerante. El calor residual de los elementos de combustible gastado hace que la temperatura del agua de la piscina aumente. Cuando se alcanzan 373K, el refrigerante entra en saturación. A partir de este momento, se produce la ebullición del refrigerante y el nivel de agua de la piscina comienza a descender. Cuando el nivel desciende lo suficiente como para dejar descubiertos los elementos de combustible gastado, se produce un rápido aumento de su temperatura. Una vez la temperatura en la vaina de los elementos de combustible gastado sobrepasa los 1000K empiezan los procesos de oxidación de la vaina y de la formación de hidrógeno. Por último, se produce la fusión de las barras.

La figura 3 muestra la evolución de la oxidación en las barras de combustible gastado, la formación de hidrógeno y la temperatura de vaina máxima. En dicha figura se ha representado a cada variables respecto al límite marcado por la norma de la NRC 10 CFR.50.46 (USNRC, 2007). Se observa que la primera variable que sobrepasa su límite es la oxidación en vaina, que en el caso base sucede para un tiempo de 110256s (30.63 horas). Por lo tanto, se considera al tiempo hasta la oxidación como la variable respuesta.

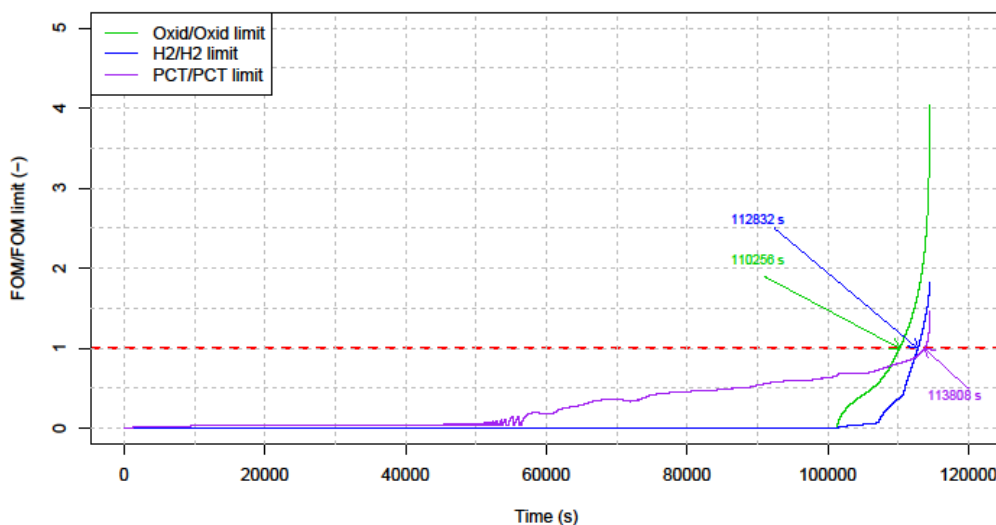


Figura 3. Evolución de las variables de interés respecto de su límite en el caso base.

Una vez que se ha simulado el caso base y se ha seleccionado a la variable respuesta, se realiza el análisis de incertidumbre. Para ellos se realizan $n=93$ simulaciones del accidente variando las variables predictivas. Las 37 variables del módulo de sensibilidad de TRACE se distribuyen como una uniforme $U[0.9,1.1]$. El resto de variables se distribuyen como variables normales (truncadas en $\mu \pm 2\sigma$) de valores:

- Axial losses como $N(\mu = 1, \sigma = 0.025)$.
- Av Pellet y HC Pellet (en mm) como $N(\mu = 4.37, \sigma = 0.0065)$.
- Av cladding y HC cladding (en mm) como $N(\mu = 4.47, \sigma = 0.02)$.

Con los resultados de las 93 simulaciones, se realiza el método de Wilks con el objetivo de estimar el valor que cubre el límite de tolerancia 5/95. En la figura 4 se muestra un diagrama de cajas y bigotes donde se muestran los resultados del método de Wilks para los estadísticos de primer y segundo orden. En concreto se han realizado 50 repeticiones para cada orden mediante réplicas bootstrap ((Efron and Tibshirani, 1986).

Para el estadístico de primer orden ($n_1 = 59$) se obtienen diferentes valores de la estimación que están comprendidos entre 109530s (30.43 horas) y 109681s (30.47 horas). Para el estadístico de segundo orden ($n_2 = 93$) se obtienen valores similares.

Es interesante notar que el valor mínimo, es decir, el más conservador, es también el más frecuente, ya que se obtienen en 24 de las 50 repeticiones del estadístico de primer orden y en 18 de las 50 repeticiones del segundo orden.

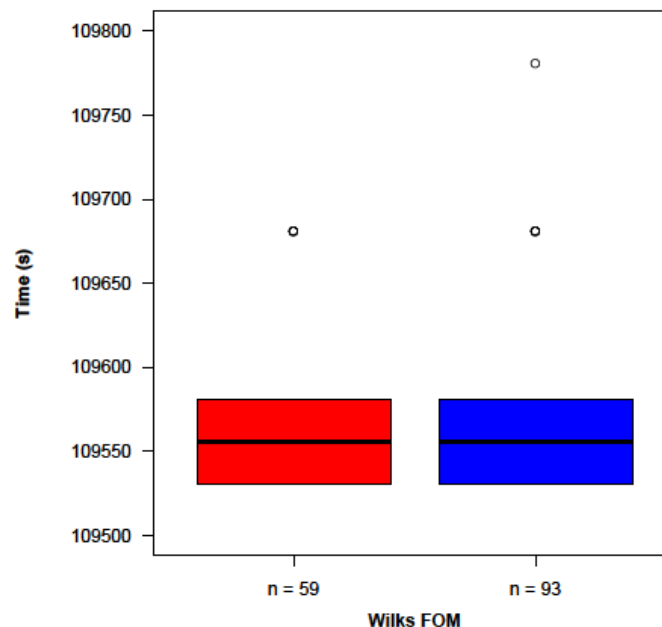


Figura 4. Diagrama de cajas y bigotes de las estimaciones del límite 5/95 utilizando el método de Wilks mediante réplicas bootstrap.

4. CONCLUSIONES.

Es posible extender el análisis BEPU a cualquier tipo de transitorio. En el análisis de la pérdida de refrigerante + pérdida de refrigeración hay que seleccionar correctamente la variable respuesta, que en este caso es el tiempo hasta oxidación y no el tiempo hasta que la PCT sobrepasa 1477K. Además, en el caso de estudio, y utilizando réplicas bootstrap para la estimación de los límites de seguridad mediante el método de Wilks, los resultados del estadístico de segundo orden no mejoran a los resultados del estadístico de primer orden. Por último, el tiempo disponible hasta que se sobrepasa el límite establecido por la norma 10 CFR.50.46, con una confianza del 95%, es de al menos 30.43 horas.

REFERENCIAS.

- Carlos, S., Querol, S., A. Gallardo, Sanchez-Saez, F., Villanueva, J.F., Martorell, S., Verdú, G., 2016. Post-test analysis of the rosa/lstf and pkl counterpart test. *Nuclear Engineering and Design* 297, 81–94.
- Carlos, S., Sanchez-Saez, F., Martorell, S., 2014. Use of TRACE best estimate code to analyze spent fuel storage pools safety. *Progress in Nuclear Energy* 77, 224–238. <https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2014.07.008>
- D'Auria, F., 2017. 14 - best-estimate plus uncertainty (bepu) approach for accident analysis, in: *Thermal-Hydraulics of Water Cooled Nuclear Reactors*. Woodhead Publishing, pp. 905–950.
- D'Auria, F., Camargo, C., Mazzantini, O., 2012. The best estimate plus uncertainty (bepu) approach in licensing of current nuclear reactors. *Nuclear Engineering and Design* 248, 317–328.
- Efron, B., Tibshirani, R., 1986. Bootstrap methods for standard errors, confidence intervals, and other measures of statistical accuracy. *Statist. Sci.* 1, 54–75.
- Feria, F., Herranz, L.E., 2017. Application of the bep methodology to assess fuel performance in dry storage. *Annals of Nuclear Energy* 99, 240–246.
- Gay, R., 1984. Spent nuclear fuel storage pool thermal hydraulic analysis. *Progress in Nuclear Energy* 14, 199–225.
- Gay, R., Gloski, D., 1983. Verification of the gflow computer code using experimental data from the maine yankee spent-fuel storage pool (technical report No. 3097). EPRI NP.
- Glaeser, H., Hofer, E., Kloos, M., Skorek, T., 1994. Uncertainty and sensitivity analysis of a post-experiment calculation in thermal hydraulics. *Reliability Engineering & System Safety* 45, 19–33.
- IAEA, 2008. Best estimate safety analysis for nuclear power plants, safety reports series no. 52. uncertainty evaluation. International Atomic Energy Agency, Vienna.
- Perez, M., Reventos, F., Batet, L., Guba, A., Tóth, I., Mieuxset, T., Bazin, P., Crécy, A. de, Borisov, S., Skorek, T., Glaeser, H., Joucla, J., Probst, P., Ui, A., Chung, B.D., Oh, D.Y., Pernica, R., Kyncl, M., Macek, J., Manera, A., Freixa, J., Petrucci, A., D'Auria, F., Del Nevo, A., 2011. Uncertainty and sensitivity analysis of a lbloca in a pwr nuclear power plant: Results of the phase v of the bemuse programme. *Nuclear Engineering and Design* 241, 4206–4222.
- Pourgol-Mohammad, M., 2009. Thermal-hydraulics system codes uncertainty assessment: A review of the methodologies. *Annals of Nuclear Energy* 36, 1774–1786.
- Sánchez-Sáez, F., Sánchez, A.I., Villanueva, J.F., Carlos, S., Martorell, S., 2018. Uncertainty analysis of a large break loss of coolant accident in a pressurized water reactor using non-parametric methods. *Reliability Engineering and System Safety* 174, 19–28.



Throm, E.D., 1989. Regulatory analysis for the resolution of generic issue 82, "beyond design basis accidents in spent fuel pools" (No. NUREG-1353). United States.

USNRC, 2017. TRACE v5.0 patch 5 user's manual volumes 1 and 2. USNRC, 2007. Acceptance criteria for emergency core cooling systems for light-water nuclear power reactors (10 CFR 50.46). U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC.

Wilks, S.S., 1942. Statistical prediction with special reference to the problem of tolerance limits. The Annals of Mathematical Statistics 13, 400-409.

Wilks, S.S., 1941. Determination of sample sizes for setting tolerance limits. The Annals of Mathematical Statistics 12, 91-96.

Wilson, G.E., 2013. Historical insights in the development of best estimate plus uncertainty safety analysis. Annals of Nuclear Energy 52, 2-9.